

Die Technologie des Hochtemperaturreaktors.

Teil I

Die Technik der Hochtemperaturreaktoren.

**„Konstruktion-Bau-Inbetriebnahme-Betrieb des AVR Jülich
und des THTR-300.“**

**Vortrag gehalten am 5. April 2009 bei der 21. Tagung der KTG
Fachgruppe „Nutzen der Kerntechnik“.**

www.buerger-fuer-technik.de ; „atomwirtschaft 12-2009“;

Teil II

Nukleare Hochtemperaturtechnik zur Erzeugung flüssiger Brennstoffe, von Wasserstoff und elektrischer Energie.

**„Keine Kernschmelze-integrierte Endlagerung -keine Nukleartransporte-
sicher gegen Terrorangriffe.“**

**Vortrag zur 23. Tagung der KTG FG „Nutzen der Kerntechnik“ am
27.3.2010.**

Vorträge von Dr.-Ing. Urban Cleve, Dortmund

1. Einführung in die nukleare Hochtemperaturtechnik. /PP-1/

Die Entwicklung der Hochtemperaturreaktortechnik begann in den 50 iger Jahren ziemlich gleichzeitig mit dem Peach Bottom HTGR in den USA, dem OECD-Dragon Reaktor in Großbritannien und dem AVR in der Kernforschungsanlage Jülich. Die beiden erstgenannten Anlagen wurden mit primatischen Brennelementen, der AVR mit kugelförmigen Elementen gebaut. Sonst war die Technik sehr ähnlich. Als Brennstoff wurde angereichertes Uran 235, Thorium 232, und als wesentliche Bauelemente Graphit und Helium als Kühlmedium verwendet. Das kugelförmige Brennelement war eine Idee von Prof. Dr. Rudolf Schulten, der seinerzeit Ingenieur bei BBC-Mannheim war. Entscheidend für den

Erfolg der AVR-Entwicklung sind die kugelförmigen Elemente. Hieraus folgte die seinerzeitige Bezeichnung „Kugelhaufenreaktor“, oder englisch Pebble Bed Reactor –PBR-, und jetzt besser „Kugelbettreaktor“.

Die Grundüberlegungen dieser Technik sind zusammengefasst: /PP-2/

- **Kugelförmige Brennelemente wegen ihrer überlegenen Strömungs- und Wärmeübertragungseigenschaften;**
- **Die Möglichkeit, die Brennelemente während des laufenden Betriebes umschichten und ohne Betriebsunterbrechung abgebrannte Elemente abziehen und den Reaktor mit neuen Elementen beladen zu können.**
- **Helium als inertes Kühlmittel und besonders hohen Wärmeübergangszahlen;**
- **Graphit als Hauptwerkstoff für die Brennelemente und die Reaktoreinbauten, da dieser Werkstoff sich als Moderator für die Neutronenstrahlung und für besonders hohe Temperaturen eignet;**
- **Ein integriertes Primärkreis Reaktorkonzept als Grundlage aller Sicherheitsbetrachtungen mit dem Ziel höchstmöglicher Sicherheit;**
- **Dem Einsatz von Uran 235 und Thorium 232 als Brennstoffe, mit dem Ziel, aus dem Thorium neuen Brennstoff U 233 erbrüten zu können;**
- **Hohe Primärgastemperaturen um die die Wirkungsgrade der nachfolgenden Prozesse zu verbessern . Chemische und Verfahrenstechnische Prozesse werden mit nuklear erzeugter Hochtemperaturwärme versorgt, bei der Stromerzeugung können höchste thermodynamische Wirkungsgrade erzielt werden, die denen konventioneller Kraftwerke absolut gleich sind.**
- **Inhärente Sicherheit durch einen negativen Temperaturkoeffizienten, der einen „GAU“ , und damit ein Kernschmelzen wie beim AVR zweimal erprobt, ausschließt.**

Diese, seinerzeit geradezu visionären Gedanken, sind bis heute das unverändertes Ziel der Nuklearen Hochtemperaturtechnik.

Nachdem Deutschland mit dem AVR und dem THTR bis Ende der 80iger Jahre die absolute weltweite Führung bei der Entwicklung dieser Zukunftstechnologie hatte, wurde die endgültige industrielle Weiterentwicklung 1989 aus politischen Gründen eingestellt.

Seitdem wird sie mit dem weitgehend in Deutschland erarbeiteten Kenntnissen in Südafrika, China, USA, Japan, UDSSR, Südkorea und in Frankreich –AREVA- weiterentwickelt. (2.4)

In China ist seit Mitte der 90iger Jahre eine HTR-10 MW_{th} Pebble-Bed Reactor in Betrieb. Hier wird die in Jülich begonnene Entwicklung kugelförmiger Brennelemente weitergeführt. Als nächstes ist ein MHTGR-Reaktor mit einer Leistung von 450 MW_{th} im Bau. In Südafrika, wird ein PMBR – Pebble Bed Modular Reaktor mit einer Leistung von 165 MW_{el} bzw. 400 MW_{th} mit direkt mit Helium betriebenen Gasturbinen geplant, der z.Zt. auf „Eis“ liegt.

In Deutschland haben wir eine 21 jährige Betriebserfahrung mit dem 15 MW_{el} /45MW_{th} AVR Reaktor, und einer etwa 3 jährige Betriebszeit mit dem 300 MW_{el} / 750MW_{th} THTR in Schmehausen. Selbst nach 21 jähriger Entwicklungspause haben wir also immer noch das größte Erfahrungspotential, das es nun zu erhalten und, besser noch, zu nutzen gilt.

In meinem Vortrag im KKW Biblis im Mai 2009, dieser wurde in der atw 12/2009 -/1/- veröffentlicht, habe ich mich bemüht, nach fast 20 Jahren Stillstand in der technischen Entwicklung, die erworbenen Erfahrungen zusammenzufassen. Ich habe mir dabei die Frage gestellt, ob es uns heute noch gelingen kann, wie in den 80iger Jahren die Führung in der Anwendung dieser Technik heute wieder erreichen zu können. Ich möchte hier auf meine eingehenden Untersuchungen technisch nicht weiter eingehen, das würde zu weit gehen. Daher möchte ich die vor allem technisch interessierten Anwesenden bitten, sich in dieser Arbeit detailliert zu informieren.

Nach erfolgreichem Betrieb von AVR und THTR-300 werden die Aufgaben und Ziele der **Nuklearen Hoch Temperatur Technologie - NHTT- erweitert. Neben der reinen Reaktortechnik werden auch die vielfältigen und vielseitigen Anwendungsmöglichkeiten der nuklear erzeugten Hochtemperaturwärme mit in den Kreis der Betrachtungen einbezogen. Diese Überlegungen haben einen wesentlichen Einfluss auf die Konstruktion des gesamten Primärteils. Weiter sollen neben den entscheidenden Sicherheitsfragen mit dem Ziel höchster Sicherheit vor allem die in der Öffentlichkeit heiß und kontrovers diskutierten**

Fragen nuklearer Transporte über Land und das Zwischen- und Endlagerproblem reststrahlender Komponenten und der Brennelemente beantwortet und gelöst werden. Damit soll ein in sich geschlossenes, einheitliches Konzept entstehen, das auch bei kritischster Beurteilung Akzeptanz in der Bevölkerung finden sollte.

Wie diese Aufgaben technisch gelöst werden sollen, und auf welchen vorliegenden Erfahrungen diese Ziele realisiert werden können, ist der Sinn der nachfolgend im Detail beschriebenen planungstechnischen und konstruktiven Vorschläge.

2. Erfahrungen aus Betrieb und Versuchen des AVR Reaktors.

/PP-3/

Auch wenn es Politiker und vor allem die Kernkraftwerkgegner nicht gerne hören oder wahrhaben wollen. Der Betrieb des AVR war eine weltweit fast unglaubliche Erfolgsgeschichte. Ein Team von jugendlichen Mitarbeitern mit einem Durchschnittsalter von etwa 30 Jahren hat dies ermöglicht. Die Technik und Konstruktion aller Komponenten war wegen der Helium Atmosphäre völlig neu und weltweit ohne Vorbilder. Helium ist ein sehr dünnes und trockenes Gas. Praktisch musste fast das „Eindrehen“ jeder Schraube neu entwickelt und geprüft werden. Ausführlich habe ich hierüber in /1/ berichtet. Trotz der sorgfältigsten Erprobung bei Inbetriebnahme ist es verständlich, dass auch während des Betriebes einige technische Probleme auftraten, da eine Erprobung unter Helium Bedingungen nur im Reaktorbetrieb ermöglicht wurden. Die Schwierigkeiten konnten aber alle, zum Teil sogar während des laufenden Reaktors, behoben werden. Gut bewährt hat sich hierbei auch die neu entwickelte „Ausbautechnik“, die einen Austausch oder Reparatur von strahlenden Komponenten am Primärteil ermöglichte.

Dennoch ist kein einziger „Strahlenunfall“ vorgekommen. Die kollektive Jahresdosis für das gesamte eingesetzte Personal schwankte um 0,5 bis 0,6 Sv (50 bis 60 manrem). Während des 21 jährigen Betriebs hat es keine Überschreitung von zulässigen Personendosen gegeben /2.5/. Die Abgabe radioaktiver Stoffe an die Atmosphäre war gering, überschritt nie die zugelassene Dosis. Es gab nur eine größere Störung mit dem Dampferzeuger, nach INES-Bewertungsskala etwa der Stufe 1. (Abb. 1). Alle anderen erwähnten Störungen und Reparaturen hatten keinen Einfluss auf die nukleare Sicherheit, also Stufe „0“.

Vom 12.12.1967 mit der ersten Stromabgabe an das öffentliche Netz bis zur Stilllegung des völlig intakten Reaktors am 31.12.1988 wurden 1,67 Milliarden KWh Strom erzeugt. Das entspricht einer Zeitausnutzung von 66,4% trotz Versuchsbetriebes mit wechselnder Leistung, Erprobung neuer Brennelemente in unterschiedlichen Leistungsbereichen und des in /1;/2.5/ beschriebenen Schadens mit dem Dampferzeuger und dessen einige Monate dauernden Reparatur. Die höchste Verfügbarkeit war 1976 mit 92%, einem Wert, der jeder erprobten konventionellen Anlage genügt hätte.

Besonders hervorzuheben sind die beiden Versuche mit Abschaltung aus dem Volllastbereich heraus. Es wurden beide Gebläse abgeschaltet, der Reaktor wurde also nicht mehr gekühlt, die Abschaltstäbe waren blockiert. Dank des negativen Temperatur- und Leistungskoeffizienten fiel die Temperatur stark ab. Dieser Versuch entsprach damit in etwa einem „GAU“ anderer Reaktorkonzepte. Nach ca. einem Tag wurde der Reaktor wieder kritisch mit einer Leistung von 1.800 kW_{th} . Die dabei erzeugte Wärme wurde per Naturkonvektion abgeführt. /1;/2.5/2.6/. Beim 1. Versuch während der Inbetriebnahme wurden nur die Coretemperaturen beobachtet. Beim 2. Versuch wurden allen wichtigen Daten experimentell erprobt, gemessen, ausgewertet und dokumentiert. /2.6/ Die Ergebnisse können auf andere HT-Reaktoren durch Simulationsberechnungen übertragen werden, so dass bei Neuanlagen die entstehende „Nachkritikalität“ und damit die Höhe der erzeugten Nachwärme berechnet werden kann.

Die Betriebstemperatur des Reaktors wurde von 850 °C auf 950 °C, und damit auf die weltweit höchste bislang in einem Reaktor erreichte Temperatur, angehoben. Auch 1.000 °C bis zu 1.100 °C sind ohne Probleme möglich.

Leider musste ein bereits von den Behörden genehmigtes Versuchsprogramm /2.6/ wegen der politischen Entscheidung zu Stilllegung abgebrochen werden. Dies hatte besonders für die Weiterentwicklung der Brennelemente erhebliche Nachteile. Diese Versuche werden jetzt noch in China weitergeführt. Wir können uns aber unser eigenes, dort weiterentwickeltes „know-how“, teilweise wieder zurückholen.

3. Die Brennelemente. /PP-4/

Die **Entwicklung der Brennelemente** ermöglichte den entscheidenden Durchbruch zur optimalen, ja maximalen Sicherheit der Hochtemperaturreaktortechnik. Abb.: 2. /1/ zeigt das erste Element. In eine

Graphitkugel mit Verschlussstopfen sollte ein Gemisch von Uranoxid und Graphitpulver eingebracht werden. In erfolgreicher internationaler Zusammenarbeit mit Forschungen in der AVR/KFA-Jülich, dem Dragon-Projekt in GB, mit Gulf Atomic USA, Grenoble F, Seibersdorf in AU, Petten NL, der UKAEA GB, Union Carbide USA und der Nukem D./2.7/ wurde dann die Entwicklung der BE hin zu den „Coated Particles“ -CP- weitergeführt, mit vielen Zwischenstufen. Alle diese Versuche wurden damals vom Bundesforschungsministerium unterstützt. Das Ergebnis zeigt Abb.: 3. Die CP haben einen Kerndurchmesser von 0,3mm. Dieser besteht aus den Brennstoffen verschiedener Mischungen. Auf diese wird dann eine poröse Pufferschicht aus pyrolytischem Kohlenstoff, darauf dann eine hochdichte PyC-Schicht, darauf eine SiC-Schicht und dann als äußerste Schicht wiederum eine hochdichte PyC-Schicht aufgebracht. Der Durchmesser eines CP liegt bei 0,5 mm. In diesen kleinen CP werden die entstehenden Spaltprodukte fast vollständig zurückgehalten. Etwa 35.000 dieser kleinen Kügelchen werden dann zusammen mit Graphit zu einem kugelförmigen BE mit einem Durchmesser von 6 cm zusammengepresst. Durch die dreischichtige Einkapselung werden die Spaltprodukte bei Aufheizung in Störfällen zurückgehalten. /1.33/ Die CP haben eine so hohe Festigkeit, dass sie auch bei Bruch eines Brennelements nicht zerstört werden. Durch gebrochene Brennelemente wird die Freisetzung von Spaltprodukten so nicht erhöht. Der Entwicklungsweg zu diesen Elementen wird in /2.7/ ausführlich beschrieben.

Der AVR wurde noch für eine Aktivität des Primärgases bei Einsatz der ersten BE von 10^7 Curie konstruiert. Gemessen wurde später im Betrieb mit den neuen Elementen eine Aktivität von ca. 360 Curie. Damit ist die Aktivität des Primärgases so gering, dass praktisch der gesamte Inhalt des Primär-Heliumgases nach außen abgegeben werden könnte, ohne die Bevölkerung in der näheren Umgebung der Anlage evakuieren zu müssen. Die CP sind damit von herausragender sicherheitstechnischer Bedeutung.

Das Core des AVR wurde in der ganzen Betriebszeit zum Testen verschiedener Brennelement-Typen eingesetzt. Beschiedt wird das Core mit BE, -Uran 235 mit/ohne Th232-, (Brutprozess: U235+Th232---U233), Graphitkugeln als Moderatoren und auch Borelementen zur Reduzierung des Neutronenflusses. Dabei konnte die Reaktivität und die Kritikalität und vor allem die Sicherheit in den verschiedensten Betriebszuständen ermittelt und dann errechnet werden, ebenso die Regelbarkeit. Gleichzeitig wurden die vielfältigsten nuklear-

physikalische Untersuchungen durchgeführt. Der AVR war damit auch ein idealer Versuchs- und Prüfreaktor für zur Untersuchung, Berechnung und Erstellung von Programmen zur Reaktorphysik. /2.8/ 2.9/ 2.10/;

Bei nüchterner, objektiver Betrachtung hat sich das kugelförmige Brennelement als überzeugende Lösung erwiesen, mit entscheidenden Vorteilen gegenüber allen anderen Brennelementen in allen anderen Reaktorkonzepten.

4. Die Beschickungsanlage. /1/ 2.11/

Abb.: 4 und Abb.: 5 /2.11/ zeigen das Schema der Beschickungsanlage. Dieses ist prinzipiell für alle Anlagen gleich. Die Brennelemente werden vom Lager entnommen, dann pneumatisch mit He in das Core befördert. Der Abzug der Kugeln erfolgt am Boden des Cores über einen Verweniger, Vereinzelter, Bruchabscheider, gebrochene Elemente fallen in den Bruchbehälter, der Abbrand der guten BE wird gemessen, sie werden dann pneumatisch in bestimmte Zonen des Cores zurückgefördert. Abgebrannte Elemente werden zum Entleerungsraum ausgeschleusst und in gasdichte Kannen gefüllt, ebenso die gebrochenen Elemente. Die Deckel der Kannen/Behälter werden automatisch verschweißt. Beim Betrieb der Anlage ergaben sich Schwierigkeiten, die fast ausschließlich bedingt waren durch die sehr trockene Reinst-Helium-Atmosphäre. Alle Probleme konnten z.T. während des Betriebes behoben werden. Die Ausbautechnik hat auch unter nuklearen Bedingungen funktioniert. Insgesamt hat die Anlage sehr gut gearbeitet. Es wurden während der Betriebszeit 2,4 Millionen Kugel umgewälzt, nur 220 Kugeln wurden als Bruch ausgeschieden. Das sind im Durchschnitt ca. 10 Kugeln pro Jahr oder 0,0092%. Von grundsätzlicher sicherheitstechnischer Bedeutung ist der erreichte Nachweis, dass durch Kugelbruch keine Erhöhung der Kühlgasaktivität hervorgerufen worden ist. Die CP sind also in gebrochenen Kugeln nicht zerstört worden. /2.11/. Insgesamt hat die Anlage bei einer Gesamtverfügbarkeit von 67% als Erstanlage ausgezeichnet funktioniert. Auch die Erhöhung der Betriebstemperatur auf 950°C hat den BE nicht geschadet und bei der Beschickung nicht zu Problemen geführt.

Die **Lagerung der abgebrannten BE** kann ober- oder unterirdisch erfolgen. Lagerungsversuche mit mehreren tausend BE in Gussbehältern haben eindeutig gezeigt, dass sowohl im Hinblick auf eine Freisetzung von Spaltprodukten als

auch aus Sicht der Wärmebelastung die Lagerung auch in großen Behältern oder Kammern problemlos möglich ist. /2.7/.

5. Grafit- und Kohlesteineinbauten. /1/ 2.5/ 2.12/ /PP-5/

Die Grafit und Kohlesteineinbauten in einem strahlenden Reaktor waren bislang ohne Vorbild, es lagen keine Erfahrungen vor. Sie wurden mit als eine der kritischsten Bauteile angesehen. /1/ Erst nach 21 Jahren Betriebszeit konnte durch Innenbesichtigung festgestellt werden, dass alle zuvor in Betracht gezogenen Probleme über die Eignung des Grafits nicht eingetreten sind, Grafit und Kohlestein haben sich hervorragend bewährt. Hohe Temperaturen bis 3.000°C gefährden diese Einbauten nicht. Nur bei schnellen Änderungen der Primärgastemperatur beim An- und Abfahren der Anlage könnten Spannungen auftreten, die die Temperaturänderungs-

geschwindigkeit begrenzen könnten. Die Besichtigung der Einbauten nach 21 Betriebsjahren zeigte, dass alle Einbauten einschließlich des als besonders gefährdeten Deckenreflektors /1/ in einem einwandfreien Zustand waren. Risse wurden nicht gefunden, ein Korrosions- oder Reibungsabtrag war nicht nachweisbar. /2.5/ 2.12/

Umfassende Untersuchungen zum Einsatz von Grafit in NHT- Anlagen sind jahrelang zusätzlich experimentell durchgeführt worden. Die Ergebnisse stimmen mit den Erfahrungen im Reaktor überein und sind in /2.12/ zusammenfassend beschrieben.

6. Die wichtigsten Komponenten. /PP-6/

Wichtige, ebenfalls neu zu entwickelnde Komponenten waren die **Gebälse**, die **Abschalt-Regelstäbe** und der **Dampferzeuger**. Die Konstruktionen und vor allem die durchgeführten Prüfungen und die Betriebserfahrungen sind in /1/2.5/ ausführlich beschrieben. Trotz der umfangreichen Prüfungen vor dem Einbau dieser wichtigen Komponenten sind während des Betriebes behebbare Schwierigkeiten eingetreten, was auch nicht verwunderlich war. Es handelte sich auch hier um „Erstkonstruktionen“. Tests und Prüfungen unter He-Bedingungen waren vor Einbau in den Reaktor nur begrenzt möglich. Der Reaktor war also auch Testreaktor für alle wichtigen Komponenten.

Die Erfahrungen beim Betrieb der Anlage sind in /2.5/ zusammenfassend beschrieben.

Zusammengefasst mit folgendem Ergebnis:

Der eingetretene Schaden am Dampferzeuger wird bereits in /1/ und auch in /2.5/ ausführlich beschrieben. Wenn bei einigen hunderttausend Schweißnähten, die alle vor Einbau geprüft wurden, nur eine Naht in 21 Betriebsjahren undicht wurde, so ist dies ein ausgezeichnetes Ergebnis. Allerdings zeigte die Dauer der Behebung des Schadens von mehreren Monaten, dass die Frage des direkten Einbaus von Wasserdampferzeugern in NHTT-Anlagen für zukünftige Anlagen aus betrieblichen und wirtschaftlichen Überlegungen zu bedenken ist. Sonst hat der Dampferzeuger einwandfrei gearbeitet./2.5/.

Auch die Gebläse liefen einwandfrei. Ein Gebläse musste einmal ausgebaut werden, da ein Lagerschaden eingetreten war. Dies ist auch in konventionellen Anlagen sicher nichts Ungewöhnliches. Immerhin war auch hier der Austausch des Lagers an einer Komponente im Bereich des strahlenden Primärteils möglich.

Auch die Abschaltstäbe haben während der gesamten Betriebszeit wartungs- und störungsfrei gearbeitet. Es wurden auch keine Veränderungen der Fallzeiten festgestellt. Bei einer Revision wurden die Lager vorsorglich ausgewechselt.

Wie ausgezeichnet die Gesamtanlage trotz der Neuartigkeit aller Komponenten gearbeitet hat, zeigt die für einen Neubau und Versuchsreaktor enorm hohe Verfügbarkeit von 67% in 21 Betriebsjahren. Dies ist sicherlich ein „Weltrekord“. Bei der politisch verfügbaren Stilllegung war die Anlage in einwandfreiem Zustand.

7. Betriebserfahrungen mit dem THTR-300 im Vergleich zum AVR. /PP-7/

Im Vergleich zum AVR wurden die folgenden wesentlichen konstruktiven Änderungen durchgeführt. Sie werden im Detail in /1; Kap.3/ beschrieben und begründet:

- Spannbetondruckbehälter statt Stahlbehälter;
- Gasdichtes, druckloses Containment anstelle eines Schutzbehälters;
- Führung des Helium-Primärgases von oben nach unten;

- Einfahren der Abschaltstäbe direkt in das Kugelbett bedingt durch größeren Durchmesser des Cores;
- Abschaltstäbe neuer Konstruktion zum Einfahren in das Kugelbett;
- Regelstäbe angeordnet beanspruchungslos seitlich in den Grafitreflektoren;
- Neuer kombinierter Vereinzelter/Verweniger am Kugelabzug;
- Dampferzeuger ausbaubar seitlich im Spannbetonbehälter neben dem Core mit gewickelten Rohrleitungssystemen anstelle der Evolventen Konstruktion beim AVR;
- Keine doppelt ummantelten Rohrleitungen und Armaturen für die Helium-Gasreinigungskreisläufe;

Alle übrigen Komponenten wurden für eine größere Leistung, sonst aber ähnlich ausgelegt und konstruiert wie die AVR-Komponenten. /PP-8/

Die wesentliche Änderung betraf das Einfahren der Abschaltstäbe in das Core. Die Entscheidung zu dieser Konstruktion, war, wie in /1/ ausführlich begründet und beschrieben, aus Sicht und mit dem Erfahrungsstand von 1967 nicht anders möglich. Ein bereits in der Besprechung in 1967 vorgestellte Core-Konzept mit geringerem Abstand zwischen BE und den Abschalt- und Regelstäben, geführt in den Reflektorwänden, wurde nicht realisiert, da das Verhalten der Grafiteinbauten während der Betriebszeit nicht bekannt war. Aus heutiger Sicht und mit den sehr positiven Erfahrungen beim AVR, und den Negativerfahrungen beim THTR, ist nur die Konstruktion mit mechanisch beanspruchungsloser Führung der Stäbe in den Grafiteinbauten/Reflektoren betriebstechnisch realisierbar. Grafit und Kohlestein haben sich während des AVR-Betriebes als sehr geeignete Baustoffe erwiesen. Somit liegen heute ausreichende gute Kenntnisse und Erfahrungen mit diesen Materialien vor.

Daher werden zukünftige Reaktorkonzepte nur noch mit in den Einbauten beanspruchungslos geführten Abschalt- und Regelstäben gebaut werden.

Die zweite nicht gerade glückliche Konstruktion war der Kugelabzug mit einem neu konstruierten, kombinierten Verweniger/Vereinzelter, der, zusätzlich noch wegen des wesentlich höheren Drucks des Kugelbettes am Abzug durch die

Umstellung der Gasführung von oben nach unten, gegenüber dem AVR erschwerte Betriebsbedingungen hatte.

Die Problematik, die diese beiden Änderungen zur Folge hatten, zeigt am besten der Vergleich der Kugelbruchrate. Diese lag beim AVR bei 0,0092%, /2.11/ beim THTR, auch nach konstruktiver Verbesserung des Kugelabzugs, bei 0,6%. /1/

Alle beim THTR aufgetretenen technischen Schwierigkeiten haben ihre alleinige Ursache in diesen beiden konstruktiven Änderungen. Alle anderen Komponenten arbeiteten praktisch störungsfrei, so wie beim AVR. Besonders zu erwähnen ist es, dass der Betrieb bzw. die Betriebsführung des THTR zwar, wie erwartet, erheblich erschwert wurde, die Gesamtanlage war aber zu keinem Zeitpunkt aus nuklearer Sicht gefährdet. /PP-9/

Dies wurde in der BBC/KRUPP Vorstandsbesprechung in 1967, /1/ in der die Entscheidung zum Bau des THTR getroffen wurde, richtig beurteilt.

Nach der Bewertung der Erfahrungen aus dem Betrieb der beiden KKW und nach mehr als 20 Jahre nach der Abschaltung der beiden Reaktoren stellt sich die Frage, ob Ingenieure in Deutschland in der Lage sein können, auf der Grundlage dieser Erfahrungen neue HTR – Kraftwerke zu bauen. /PP-10/

Diese Frage kann uneingeschränkt positiv beantwortet werden. Ohne Zweifel ist die Ingenieurtechnik in Deutschland in der Lage nach Auswertung der vorhandenen Unterlagen des AVR und des THTR neue Anlagen zu konstruieren und diese betriebssicher zu betreiben. Die Konstruktionsunterlagen, Unterlagen zu den Genehmigungsverfahren und die Auswertung der Betriebserfahrungen ermöglichen es, ein kompetentes neues Team so einzuarbeiten, dass Großanlagen sicher und wirtschaftlich gebaut werden können. Hierzu sind die in den letzten Jahren an der RWTH Aachen und dem FZ Jülich durchgeführten Untersuchungen vor allem zur weiteren Verbesserung der Sicherheit eine wertvolle Hilfe.

Auch mit dem Betrieb des THTR konnten trotz der relativ kurzen Laufzeit alle offenen konstruktiven Fragen mit diesem Demonstrationsreaktor beantwortet werden. /1/;

8. Das Grundkonzept von NHTT He-Wärmeerzeugern. /PP-11/

Erste Überlegungen oder besser noch Ideen habe ich bereits in meinem Aufsatz in der atw /1; Kap.4/ vorgeschlagen.

Diese Grundüberlegungen möchte ich nun präzisieren:

- 1.) Alles was an positiven Erfahrungen beim AVR und THTR erworben worden ist, muss konstruktiv genutzt, erkannte Schwachstellen müssen modernisiert und verbessert werden.**
- 2.) Die gemachten negativen Erfahrungen müssen durch neue konstruktive Lösungen behoben werden.**
- 3.) Das Konzept soll nach Möglichkeit so aufgebaut sein, dass man auf der nuklearen Seite nach gleichen Konstruktionsprinzipien Anlagen in allen vom Markt erforderlichen Größen errichten kann, also im Bereich von etwa 200 MW_{th} – 4.000 MW_{th}.**
- 4.) Die NHTT Anlagen sollen als Hochtemperatur-Wärmeerzeuger in weitgehend konstruktionsähnlicher Bauweise für alle Anwendungsfälle gebaut werden können.**
- 5.) Ein weitgehend integriertes Konzept für den gesamten nuklearen Teil mit der Aufgabe, möglichst wenig „strahlendes Material“ aus dem Kernbereich der Anlage nach außen zu transportieren und wenn möglich, auf Dauer „strahlensicher end zu lagern“.**
- 6.) Die Anlage sollte mit Erdbebensicherheit bis Stufe 6 ausgelegt werden.**
- 7.) Die Sicherheit ist das höchste Grundprinzip. Das Ziel ist eine auch „theoretisch nuklear katastrophenfremde Anlage“.**
- 8.) Das Grundprinzip des THTR-300 mit Spannbetonbehälter und allen innerhalb dieses Behälters liegenden „Strahlenden Komponenten“ soll unverändert bleiben. Es hat sich während des Betriebes und auch nach der Stilllegung bestens bewährt. /PP-12/**

Mit diesen Auslegungsbedingungen kommen auf den Bauteil, vor allem auf die Fundamente, hohe sicherheitstechnische Aufgaben zu. Die Baukosten werden hierdurch erheblich höher. Der Spannbetonbehälter steht auf einer starken und großen Grundplatte. Diese Grundplatte aus Beton wird so großflächig dimensioniert, dass alle abgebrannten oder zerbrochenen Brennelemente in

einer besonders gut geschützten Betonkammer gelagert werden können. Hier werden auch die im äußersten Notfall aus dem Core abgezogenen BE zwischengelagert.

Zur Lagerung bestrahlter Komponenten, die schadhaft geworden sind und ausgebaut werden müssen, wird ein gesonderter Lagerraum vorgesehen. Der ganze Unterbau der Anlage wird so ein großer „Betonkasten“, der luft/gasdicht gegenüber der übrigen Anlage abgedichtet wird. Er erhält eine eigene Filter- und Belüftungsanlage. Später wird geprüft, ob in diesem Bereich auch eine Wiederaufbereitungsanlage für die Brennelemente eingebaut werden könnte. Die Stützkonstruktion für den Spannbetonbehälter wird ringförmig erstellt. Im Inneren dieses Ringraums wird das gesamte BE-Behandlungs- und Fördersystem eingebaut. Das starke Fundament des Spannbetonbehälters dient gleichzeitig als biologisches Schild zwischen BE-Behandlungsraum und dem Unterbau.

Mit dieser Konstruktion ist die gesamte Anlage „autark“. Strahlende Bauteile müssen nicht mehr „über Land“ in „Castor Behältern“ transportiert werden.

Bei Beendigung des Betriebes verbleiben alle strahlenden Komponenten im Spannbetonbehälter oder im Bereich des Unterbaus, der Endlagerstätte sein soll, so wie dies jetzt seit 21 Jahren bereits in Schmehausen geschieht. Er könnte später durch Erdreich abgedeckt werden.

Entscheidend geändert gegenüber dem THTR wird der Aufbau des Cores, - Abb.: 6; - also des Kugelbettes mit Grafitbauten und Wärmetauscher. /PP-13/

Das zentrale Core mit einem mittigen Kugelabzug hat sich aus den geschilderten Gründen nicht bewährt. Zentral wird nun ein runder Block aus Kohlestein und Graphit als Moderator eingebaut. Dann folgt, von innen nach außen gesehen, ein ringförmiges Core mit einer Breite von ca. 200 cm. Danach folgt der äußere Grafitreflektor in gegenüber dem THTR praktisch unveränderter Bauweise. Diese Konstruktion des Reaktorkerns ermöglicht es, die Regel- und Abschaltstäbe in den Grafitreflektoren mechanisch beanspruchungslos führen zu können. Damit ist das Hauptproblem, das beim THTR-300 bestand, gelöst. Die Regelstäbe, die beim THTR-300 eingesetzt worden sind, können konstruktionsähnlich als Abschalt- und Regelstäbe übernommen werden.

Dieses Konzept lag in der entscheidenden Besprechung zum Bau des THTR in 1967 bereits im Prinzip vor, wurde aber aus den in /1/ ausführlich beschriebenen Gründen nicht realisiert.

Die Dimensionierung der Leistung erfolgt durch Berechnung des Corevolumens (m^3), mit der Leistungsdichte (MW/m^3), dem Durchmesser und Grundfläche (m^2) und der Höhe des Cores (m). Mit diesen Parametern kann auch die gesamte Anlage optimiert werden.

Die Führung des Primär-Heliums im inneren Kreislauf erfolgt wie beim THTR-300 von oben nach unten. Das ringförmige Core erfordert mehrere Abzugseinheiten für die Brennelemente. Die Anordnung mehrerer peripherer Abzüge hat nennenswerte betriebliche Vorteile. So kann der Betrieb der Anlage auch bei einer Störung in einem Brennelement-Abzug weitergeführt werden. Die positiven Erfahrungen mit der „Ausbautechnik“, die beim AVR und THTR gute Erfolge zeigte, kommt eine noch größere Bedeutung zu.

Die Strömung des Heliums durch das Kugelbett wird gleichmäßiger. Dadurch werden die BE gleichmäßiger gekühlt, so dass größere Temperaturdifferenzen zwischen Zentrum und Randbereich vermieden werden. Weiter wird das Fließverhalten der BE durch das Core verbessert. Randströmungen und damit mögliche Temperaturunterschiede in den einzelnen Zonen des Cores und damit unterschiedlich hohe Temperaturen einzelner BE, sowie die gesamte Temperaturverteilung im Core wird verbessert. Die BE können gezielter den einzelnen Zonen des Cores zugefördert werden. Die Höhe des Abbrands der einzelnen BE kann besser und gezielter gesteuert werden.

Die seit 1967 wesentlich weiterentwickelte, verbesserte und vereinfachte Daten- und Informationstechnik wird zu einer guten logistische Steuerung des Kreislaufs der BE und damit einem gezielteren Durchlauf der BE, je nach Abbrand, durch das Core beitragen.

Im Ringraum zwischen Außen-Reflektor und Isolierung des Spannbetonbehälters werden anstelle der He/Wasserdampferzeuger **He_{primär}/He_{sekundär} Wärmetauscher** eingesetzt. Die Wärmeabfuhr aus dem Core erfolgt also in den Sekundärbereich nicht mehr durch Wasserdampf sondern durch heißes Sekundär-Helium-Gas. Dieses wird im außen liegenden Sekundärteil, in den nachgeschalteten Anlagen, als Hochtemperaturwärme zu allen geplanten Anwendungsfällen genutzt.

Die Begründung für diese wesentliche Änderung ist eine Frage der Betriebssicherheit und damit verbunden der Wirtschaftlichkeit. Die zweifelsfrei höheren Investitionskosten könnten sich aber schon bei einem einzigen auftretenden Schaden an einem Wasserdampferzeugers wegen der dann erforderlichen sehr langen Stillstands- und Reparaturzeit und den damit verbundenen Stillstandskosten amortisieren. Diese Konstruktion hat auch noch sicherheitstechnische Bedeutung, wie nachfolgend noch begründet wird.

Die Betriebssicherheit der **neu zu konstruierenden He/He-Wärmetauscher** wird wegen der guten Wärmeübertragungseigenschaften und des trocknen und sehr sauberen Gases ohne jede Verunreinigung hoch eingeschätzt. Auch im Betrieb ist wegen der beiden in sich geschlossenen Kreislaufsysteme nicht mit Verunreinigungen zu rechnen. Das Sekundär-Helium hat einen etwas höheren Druck als das HE im Primärkreislauf. Es ist daher nicht mit strahlenden Partikeln belastet. Es kann also keine Radioaktivität in die nachgeschalteten Anlagen übertragen werden. Diese werden außerhalb des Schutzbereichs konventionell gebaut und betrieben.

Neben diesen Sicherheitstechnischen- und Wirtschaftlichkeitsüberlegungen hat diese Konstruktion weitere Vorteile. Der Ringraum zwischen dem äußeren Reflektor und der Isolierung des Spannbetonbehälters wird vollständig zum Einbau der Wärmetauscher ausgenutzt. Auf eine Ausbaumöglichkeit der WT, wie bei den Dampferzeugern des THTR vorgesehen, kann verzichtet werden. Das hiermit verbundene wirtschaftliche und betriebliche Risiko erscheint vertretbar, da beim Wärmetausch zwischen He/He kaum betriebsbedingte Schwierigkeiten auftreten dürften. Die Gase sind primär- und sekundärseitig vollkommen rein. Es können keine durch Wasser bedingten Ablagerungen auftreten. Korrosionen und Erosionen sind nicht denkbar. Diese Lösung hat also auch aus betrieblicher Sicht große Vorteile und wird mit hoher Wahrscheinlichkeit zu einer Erhöhung der Verfügbarkeit der gesamten Anlage beitragen. Weiter wird die Konstruktion des Spannbetonbehälters vereinfacht, da die konstruktiv schwierigen Durchdringungen mit großem Durchmesser durch die Spannbetondecke zum Ausbau der Dampferzeuger entfallen. So steht auf der Spannbetondecke genügend Platz zur Anordnung der Regel/Abschaltstäbe und weiterer Komponenten zur Verfügung. Um einen Weiterbetrieb der Anlage auch dann zu ermöglichen, wenn dennoch Undichtigkeiten zwischen den beiden Kreisläufen festgestellt werden sollten, werden die Wärmetauscher in mehreren Systemen, so wie beim AVR/THTR

erprobt, gebaut. Undichte Stränge können festgestellt werden, wenn der Überdruck im Sekundärsystem kurzzeitig abgesenkt wird. Die dann übertragene geringfügige Radioaktivität ermöglicht messtechnisch die Feststellung des undichten Stranges, der dann abgeschaltet werden kann.

Die Auslegung, Berechnung und Konstruktion dieser Wärmetauscher ist neuartig. Es dürften sich aber keine nennenswerten Probleme ergeben. Geeignete Rohrmaterialien stehen zur Verfügung. Dennoch soll in Zukunft der Schwerpunkt der Entwicklung der Rohrmaterialien hin zu höheren Drücken und vor allem Temperaturen gehen.

Die vorbeschriebenen konstruktiven Maßnahmen und Änderungen gegenüber AVR und THTR vermeiden alle technischen Probleme und Schwachstellen, die beim Betrieb der beiden Anlagen erkannt wurden.

Der Betrieb des THTR und des AVR haben nachgewiesen, dass alle außerhalb des primären Druckteils liegenden Komponenten, so vor allem die Gebläse, die Gas-, Belüftungs- und Wasserreinigungsanlagen problemlos gearbeitet haben. Sie können daher auf der Grundlage der vorhandenen technischen Unterlagen ausgelegt, berechnet und konstruiert werden. All dieses wurde in /1/ im Detail beschrieben.

Alle außerhalb des Spannbetonbehälters liegenden Anlagekomponenten werden von einem gasdichten Containment nochmals nach außen abgesichert. Dieses Containment wird volumenmäßig so groß ausgelegt, dass in einem wie auch immer bedingten Störfall keine Primärgas- Radioaktivität nach außen getragen werden kann.

9. Sicherheitsbetrachtungen. PP-14/

Die Sicherheit der Anlage sollen nach der „INES-Bewertungsskala für nukleare Ereignisse“ unter folgenden Aspekten betrachtet und erläutert werden.

1. Radiologische Auswirkungen außerhalb der Anlage;
2. Radiologische Auswirkungen innerhalb der Anlage;
3. Beeinträchtigung der Sicherheitsvorkehrungen;

Mit den Ursachen bzw. Folgen:

- Schwerer Störfall/Unfall durch technisches Versagen wesentlicher Komponenten;
- Schwerer Störfall/Unfall durch menschliches Versagen und schwerer Fehler bei der Bedienung der Anlage und/oder wesentlicher Komponenten;
- Bewusstes Herbeiführen schwerer Störfälle durch Sabotage innerhalb der Anlagen;
- Schäden an der Anlage durch schwerwiegende äußere Ereignisse wie: Flugzeugabsturz incl. Kerosinbrand; bewusstem Angriff von außen mit mittelschweren Waffen bei terroristischen und kriegerischen Ereignissen;

Die Folgen solcher Störungen/Störfälle/Unfälle werden grundsätzlich nach der INES-Skala bewertet. (Abb.1)

Ein Reaktorunfall nach INES- Bewertung 7 „Katastrophe“ ist aus nuklear physikalischer Sicht ausgeschlossen. /PP-15/

Dies wurde in 3 Versuchen, 2x beim AVR, und 1x in China, zweifelsfrei nachgewiesen. Noch mit keinem anderen Reaktor oder Reaktorkonzept konnten weltweit derartige extreme Versuche durchgeführt werden.

Ein Kernschmelzen kann auch theoretisch nicht eintreten: /3/

- Wegen des stark negativem Temperaturkoeffizienten und des Fehlens großer Überschussreaktivität;
- Dadurch erfolgt eine selbsttätige Begrenzung der nuklearen Leistung und der Brennstofftemperatur;

Abb. 7 zeigt den berechneten simulierten „GAU“ von HT-Reaktoren bei totalem Ausfall der Kühlung. Abb.: 8 und Abb.: 9 zeigen den zeitlichen Verlauf der Grafittemperaturen im Core des AVR nach Abschalten der Gebläse und Blockieren der Abschaltstäbe. Die **Wärmeabfuhr** erfolgte nur durch Konvektion nach außen. Damit ist in Betriebsversuchen erforscht und nachgewiesen worden, dass ein Schmelzen des Reaktorkerns nicht eintreten kann. Abb. 8 und Abb. 9 zeigen also de facto den Ablauf eines „GAU“ für einen HT-Kugelbettreaktor. Die Ergebnisse sind dokumentiert. Die erzeugte Nachwärme betrug beim AVR mit

1.600 kW_{th} etwa 4% der Auslegungsleistung des Cores. Es kann nur eine Temperatur der Brennelemente von max. 1.600⁰ C erreicht werden. (Abb.: 7) /1.29/ (Abb. 8) /2.6/ (Abb. 9) /2.14//3/ Mit den erstellten Programmen lassen sich entsprechende Werte für weitere Reaktorkonstruktionen berechnen.

Die Abführung der Nachwärme kann erfolgen durch:

- Kühlung der Anlage durch Kühlgasgebläse und He/He-WT; Es können 6 WT und 6 Gebläse installiert werden. Ein Gebläse reicht zur Abfuhr der Nachwärme bereits aus. Zusätzliche Sicherheit kann erfolgen durch Notantrieb der Gebläse mittels Notstromaggregat oder Batterie;
- Linerkühlung: Es werden mehrere getrennte Linerkühlsysteme vorgesehen; also etwa 4 Kühlwasserpumpen für 4 getrennte Linerkühlsysteme; Notversorgung dieser Pumpen wie vor.
- Selbsttätig durch natürliche Wärmeleitung, Wärmeabstrahlung und freie Konvektion nach außen;
- Vermieden werden kann die Nachwärmeproduktion vollständig durch Schnellabzug der BE in das BE-Notfalllager.

Gefährdung durch Bruch des Spannbetonbehälters:

Diese Betrachtung ist nur fiktiv. Ein Bruch des Spannbetonbehälters durch zu hohen Innendruck ist technisch nicht denkbar, da mit dem Einbau von He/He-Wärmetauschern keine Ursache zu einer Druckerhöhung vorliegt.

Einzige Möglichkeit eines Bruchs besteht durch Minderung der Vorspannung der Spannkabel. Diese wird regelmäßig überprüft und gemessen. Die Vielzahl der horizontalen und vertikalen Kabel schließt einen plötzlichen, unvorhergesehenen Bruch aus.

Die in /1/ eingehend beschriebenen Versuche mit dem Spannbetonbehälter zeigen, dass der Behälter für etwa 3-4-fache Sicherheit berechnet wird, d.h. der Spannbetonbehälter bricht bei einem Betriebsdruck von 40 bis 50 bar erst etwa ab einem erhöhten Innendruck von 150 - 190 bar. Nach Druckentlastung schließt er sich fast wieder „gas- und luftdicht“. Das in einem erdachten Störfall dann entweichende

schwach radioaktive Gas wird im Containment aufgefangen, mittels der Gasreinigungsanlage gereinigt und erst danach in die Umgebung abgegeben. Das Gasvolumen ist gering, das Volumen des Containments so groß, dass dies sicher möglich ist.

Gefährdung durch Fremdmedieneinbruch:

- Wegen des doppelten Wärmetauschers He/He im Kreislaufsystem und He/Nutzmedium im Sekundärteil ist ein Eindringen von Wasser in den Primärkreislauf ausgeschlossen;
- Wegen des vorbeschriebenen Verhaltens des Spannbetonbehälters bei eventuell in Betracht gezogenem Bruch durch Überdruck ist ein Eindringen von Luft und damit von Sauerstoff in den Spannbetonbehälter ausgeschlossen.
- Bei dem bestehenden Überdruck innerhalb des Spannbetonbehälters kann Primärgas nur in das Containment austreten, aber keine Luft vom Containment in den Spannbetonbehälter eintreten.

Gefahr durch kriegerische oder terroristische Ereignisse oder Flugzeugabsturz einschl. großflächigem Kerosinbrand:

- Entleerung des Cores in den Notfallbunker für Brennelemente;
- Spannbetonbehälter mit Wandstärken von 5-6 m können auch durch Beschuss mit tragbaren Raketen nicht durchschlagen werden, auch nicht durch abstürzende Flugzeuge;
- Weiter alle vorbeschriebenen Maßnahmen;

Bei dieser Situation erscheint ein gezielter Angriff von außen ohnehin sinnlos, da keine nennenswerten Schäden in der Umgebung einer solchen Anlage auch bei „geglückter Zerstörung“ eintreten würden.

Alle beschriebenen Risiken sind nach der INES-Bewertungsskala mit max. „1 Störung“, sonst alle „0“, - „keine oder sehr geringe sicherheitstechnische Bedeutung“, einzustufen.

Gesamtbetrachtung; / 1.32/ 1.33/ 3/. PP-16/

„Durch das vorgestellte Reaktorkonzept wird sichergestellt, dass die radioaktiven Spaltprodukte bei allen Störereignissen vollständig in der

Reaktoranlage verbleiben. Konkret bedeutet dies, dass nur geringe Mengen an Caesium 137 (< 1 Curie), und/oder Jod 137 aus der Anlage freigesetzt werden können“./3/ Dies ist das Ergebnis der Untersuchungen, die in /1.32/ 3/ umfassend erläutert werden. Sollten dennoch Gase entweichen, so werden sie im Containment aufgefangen und die eintretenden Spaltprodukte werden in der Reinigungsanlage zurückgehalten.

Die radiologischen Auswirkungen derartiger Freisetzungen in die Umgebung der Anlage, wenn überhaupt, wären vernachlässigbar gering.

Der Anspruch einer „katastrophenfreien Kerntechnischen Anlage“ ist damit erfüllt. /3/.

Die Gesamtanlage genügt damit den Ansprüchen von Versicherungsgesellschaften und kann versichert werden.

10. Zwischen- und Endlagerung strahlender Komponenten während des Betriebs und nach Stilllegung der Gesamtanlage. /PP-17/

Während des Betriebes der Anlage sollen alle abgebrannten Brennelemente und auch der BE-Bruch im Bereich des als „Betonbunker“ ausgebauten vergrößerten Fundamentes in einem besonders abgeschirmten Bereich gelagert werden. Das BE-Volumen ist relativ gering, die Lagerung ist prinzipiell problemlos, wie Versuche gezeigt haben. /2.17/ Bei einer angenommenen Betriebszeit von 40 Jahren wird für eine Leistung von 1.000 MW nur ein Lagervolumen von ca. 1.200 m^3 benötigt. Bei einer Lagerungshöhe von 3 m entspricht dies dann einer Grundfläche von lediglich ca. 400 m^2 .

Im Bereich der Fundamente wird auch die Dekontaminationsanlage vorgesehen.

Weiter wird eine Lagermöglichkeit für ausgebaute, defekte Komponenten, die im Primärteil eingebaut und daher einer höheren Strahlung ausgesetzt waren, eingerichtet. Dies ist nur für die Gebläse und die Abschalt/Regelstäbe vorzusehen. Auch deren Volumen ist verhältnismäßig klein, die Reststrahlung nach Dekontamination gering, so dass keine größeren Risiken bei der Lagerung entstehen.

Nach Stilllegung der Gesamtanlage wird das Innere des Spannbetonbehälters als Endlager genutzt, so wie z.Zt. in Schmehausen seit nunmehr 21 Jahren. Eine bessere und sicherere Lagerung an anderer Stelle ist technisch nicht machbar. Die Erfahrungen mit der Endlagerung in Schmehausen sind hierfür beispielhaft.

Mit Bau und Betrieb einer NHTT-Anlage sind keine „Castor Transporte über Land“ erforderlich, alles „Strahlende“ verbleibt in der Anlage.

11. Wirtschaftlichkeitskriterien. /PP-18/

Neben den sicherheitstechnischen Vorteilen der NHT-HTR- Technik haben diese Anlagen auch zahlreiche technische, betriebliche und wirtschaftliche Vorteile:

- Die hohen Betriebstemperaturen ermöglichen höchste thermodynamische Wirkungsgrade bei der Stromerzeugung. Dadurch ergibt sich eine um etwa 30% bis 40% höhere Ausnutzung des eingesetzten nuklearen Brennstoffs.
- Hierdurch geringere Brennstoffkosten, auch durch Einsatz von TH 232;
- Thermodynamische Kreislaufprozesse mit einfacher oder auch doppelter Zwischenüberhitzung sind möglich.
- Kraftwerke zur kombinierten Erzeugung von Strom und Heizwärme können auch in Stadtnähe gebaut werden.
- Bei Einsatz von Thorium 232 kann neues spaltbares Material U 233 erbrütet werden.
- Die Hochtemperaturwärme kann nicht nur zur Stromerzeugung sondern in allen verfahrenstechnischen Prozessen als wirtschaftliche Sekundärenergie eingesetzt werden.
- Die kontinuierliche Beschickung mit Brennelementen während des Betriebes ermöglicht höchste jährliche Betriebsstundenzahlen, also bis zu 8760/Jahr, bzw. 8784 Betriebsstunden in Schaltjahren, vor allem auch über Folgejahre.
- Alle wesentlichen Komponenten sind mehrfach vorhanden. Sie können einschließlich ihrer Verschleißteile während des laufenden Betriebes repariert oder ausgewechselt werden.

- Das geringe Volumen an abgebrannten Brennelementen und der wenigen „strahlenden“ Komponenten ermöglichen eine integrierte Zwischen- und Endlagerung.
- Radioaktiv strahlende oder bestrahlte Teile müssen nicht mehr mit hohen Kosten außerhalb der Anlage transportiert werden.

Diese Vorzüge kennt kein anderes Reaktorkonzept. Daher wird diese Technik allen anderen Anlagen technisch und wirtschaftlich hoch überlegen sein.

12. Schlussbetrachtung und Dank.

Neben den vor 20 Jahren erworbenen Betriebserfahrungen mit AVR und THTR-300 wurden in den letzten Jahren praktisch alle theoretischen und experimentellen Detailfragen an der RWTH Aachen und dem FZ Jülich so weitgehend untersucht und erforscht, dass damit eine betriebssichere Anlage gebaut werden kann.

Ich bedanke mich ganz besonders bei Herrn Prof. Dr.- Ing. Kurt Kugeler, em. Professor und Inhaber des Lehrstuhls für Reaktorsicherheit und Reaktortechnik der RWTH Aachen und Direktor des FZ Jülich, für die Formulierung der Anforderungen zur Sicherheit der Anlagen, die umfassenden, detaillierten Gespräche über Sicherheitsfragen, deren Probleme, der Forschungsergebnisse und den erarbeiteten Vorschlägen zur Maximierung der Sicherheit dieser Technik.

Literaturverzeichnis:

1.) U. Cleve: „Die Technik der Hochtemperaturreaktoren.“ atw 12/2009;

- www.buerger-fuer-technik.de -

2.) VDI Berichte 729: „VDI-Gesellschaft Energietechnik“:

„AVR-20 Jahre Betrieb“ „Ein deutscher Beitrag zu einer zukunftsweisenden Energietechnik“ Tagung Aachen 17./18. Mai 1989“. VDI-Verlag Düsseldorf.

2.1) H. Bonnenberg: „Hintergrund und Dank“.

2.2) Chr. Marnet: „Die Geschichte des AVR“.

2.3) R. Schulten: „Der AVR als neuer Beitrag zur Kerntechnik“.

- 2.4) E. Baust und I. Weisbrodt: „Internationale HTR-Aktivitäten“.
- 2.5) E. Ziermann: „Betriebserfahrungen am AVR“.
- 2.6) N. Kirch und G. Ivens: „Ergebnisse der Versuche mit dem AVR“.
- 2.7) K.-G. Hackstein und M. Wimmers: „Brennstoff-Zyklus“.
- 2.8) W. Scherer, H. Gerwin und H. Werner: „Der AVR als Prüfstein für theoretische Modelle zur Reaktorphysik“.
- 2.9) M. Wimmers und A. Bergerfurth: „Die Physik des AVR-Reaktors“.
- 2.10) G. Ivens und M. Wimmers: „Der AVR als Testbett für Brennelemente“.
- 2.11) H.-J. Hantke und H. Bülling: „Kugelbeschickung, Aufbau und Erfahrungen“.
- 2.12) W. Delle: „Graphiteinbauten“.
- 2.13) E. Wahlen: „Gebläse, Abschaltstäbe, Dampferzeuger“.
- 2.14) K. Krüger, A. Bergerfurth, St. Burger, P. Pohl und M. Wimmers: „Simulation des Kühlmittelverluststörfalls mit dem AVR-Reaktor“.
- 2.15) W. Wawrzik und C.-B. von der Decken: „Staub- und Aktivitätsverhalten“.
- 2.16) W. Kröger: „Nutzen für Sicherheitsbewertungen“.
- 2.17) W. Theymann: „Nachuntersuchungen ausgewählter Komponenten nach Stilllegung“.
- 2.18) R. Schulten: „Schlußwort: Unlösbare“ Probleme“.
- 3.) K. Kugeler; Ko-Autoren: H. Barnert, H.F. Nießen, M. Kugeler, W. Scherer:
 „Perspektiven von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren“. FZ Jülich: Vortrag Dresden 2005.

Verzeichnis der Abbildungen:

Abb. 1: „Beurteilung Meldepflichtiger Ereignisse in kerntechnischen Anlagen nach der „Internationalen Bewertungsskala für nukleare Ereignisse“; (INES);

Abb. 2: „Schnitt durch das erste Brennelement für den AVR“; /1;/.

Abb. 3: „Querschnitt durch ein Brennelement mit Coated Particles (CP) des AVR und des THTR“; /1;/.

Abb. 4: „Prinzipschema des Brennstoffkreislaufes eines NHTT Kugelbetteaktors am Beispiel des AVR/THTR“; /2.11;/.

Abb. 5: „Abzugsanlage für Brennelemente aus dem Core des AVR“. /2.11;/.

Abb. 6: „Spannbetonbehälter mit Ringcore und He/He-Wärmetauschern. Konzept eines NHTT.“

Abb. 7: „Maximale Core-Temperaturen bei totalem Ausfall der Kühlung“ (simulierter GAU); /1.33;/

Abb. 8: „Zeitlicher Verlauf der Grafittemperaturen im Core bei Abschaltung des AVR-Reaktors bei Vollast, totalem Ausfall der Kühlung und Blockieren der Abschaltstäbe“. /1.29;/

Abb. 9: „Gemessenen zeitliche Temperaturverläufe beim AVR-Reaktor nach Abschalten der Kühlgebläse“. / 2.14; 2.6;/